

Tratamiento de las incertidumbres epistémicas en el área nuclear: Comparación de los métodos alternativos en el análisis de incertidumbres y sensibilidad

M. Villamizar, S. Martorell (*), J.F. Villanueva, S. Carlos, A. Sánchez,
(*) smartore@iqn.upv.es
Universidad Politécnica de Valencia

Resumen

El objetivo del trabajo es presentar/aplicar algunas de las distintas metodologías/técnicas que se utilizan actualmente en el análisis de incertidumbres y sensibilidad para la evaluación de las incertidumbres epistémicas, diferenciando respecto al tipo de estudio: 1) Determinista: Análisis de las incertidumbres a partir de códigos termo-hidráulicos del tipo Best - Estimate de simulación de los transitorios de planta y 2) Probabilista: Análisis de las incertidumbres a partir del Análisis Probabilista de Seguridad APS.

1. Introducción

Pelayo & Mendizábal presentaron en 2005 una reflexión acerca de la importancia del análisis de seguridad (desde la metodología determinista y sus diferencias con el análisis probabilista) y la forma cómo esta metodología da cumplimiento al objetivo de seguridad, encaminado a demostrar que las plantas nucleares pueden funcionar sin que los trabajadores, el público y el medio ambiente, sufran daños radiológicos. La manera de demostrar el funcionamiento seguro es probar que las plantas nucleares pueden hacer frente a cualquier contingencia que las pueda apartar de su funcionamiento normal, sin que existan consecuencias radiológicas inasumibles, (Pelayo & Mendizábal, 2005).

En esta línea, la norma de seguridad de la IAEA N° NS-R-1 (IAEA, 2004) en el párrafo 5.69 referente al análisis de seguridad cita: “Deberá llevarse a cabo un análisis de seguridad del diseño de la central en el que se aplicaran métodos de análisis determinista y probabilista. Sobre la base de dicho análisis se establecerá y se confirmará la base de diseño de los elementos de importancia para la seguridad”. En relación con el análisis determinista, el párrafo 4.18 de la norma de seguridad de la IAEA N° NS-G-1.2 (IAEA, 2009) establece como objetivo del análisis determinista el de estudiar el comportamiento de la central en estados operacionales y condiciones de accidentes concretos predeterminados y aplicar un conjunto de reglas específicas para juzgar la adecuación del diseño. Respecto al análisis probabilista, en el párrafo 4.20 (IAEA, 2009) cita “el objetivo es el de determinar todos los factores que contribuyen de manera importante a los riesgos resultantes de la central y evaluar hasta qué punto el diseño de la configuración general de los sistemas está bien equilibrado, no existen riesgos atípicos y el diseño cumple los objetivos probabilistas básicos”.

Es importante resaltar que dichos estudios son complementarios, a pesar de que los dos enfoques centran su atención en el cumplimiento de los criterios de aceptación, en el análisis determinista se centra en la verificación de límites de daño (normalmente a través de márgenes de seguridad), mientras que la probabilista se centra en la verificación de límites de frecuencia (Pelayo & Mendizábal, 2005).

En este contexto, es primordial incluir en los análisis de seguridad el estudio de las incertidumbres, ya que, se reconoce que estas están presentes en los resultados del análisis de seguridad (tanto deterministas como probabilistas), ya que los “cálculos involucrados” no están libres de error (Pelayo & Mendizábal, 2005); y es por ello que se debe demostrar que los resultados son estables a una variación realista de los parámetros de entrada en dichos modelos.

El objetivo del trabajo es presentar/aplicar algunas de las distintas metodologías/técnicas que se utilizan actualmente en el análisis de incertidumbres y sensibilidad para la evaluación de las incertidumbres epistémicas, presentes en el análisis de seguridad tanto desde el punto de vista determinista como del probabilista. Se presentan dos casos de aplicación, uno para cada metodología; sin embargo, comparten el mismo suceso iniciador -“causa inmediata”- que origina el accidente, el cual ha sido tradicionalmente considerado base de diseño, un “Large Break Loss Of Coolant Accident” LBLOCA en un PWR.

2. Tipos de Incertidumbres

La incertidumbre puede ser de dos tipos, incertidumbre aleatoria e incertidumbre epistémica. El primer tipo de incertidumbre refleja la imposibilidad de predecir el comportamiento aleatorio del sistema y sus componentes, mientras que el segundo tipo indica el conocimiento imperfecto que se puede reducir si se mejora el conocimiento en el modelo del sistema y en los valores numéricos de sus parámetros. Sin embargo, hay que tener en cuenta que ambas incertidumbres se refieren al problema del modelado de los sistemas reales mediante fórmulas matemáticas. Según (CSN-UNESA, 1.998), RG 1.174, 2002, NUREG 1855 (Drouin, M. et al., 2009), y EPRI 1016737 (True & Vanover, 2008); se pueden identificar tres clases de incertidumbres epistémicas: la incertidumbre de los parámetros, introducida por la falta de precisión en la determinación de parámetros; la incertidumbre de modelos, debido a la inexactitud de nuestro modelo y la incertidumbre de completitud del modelo debido a las carencias en la comprensión teórica y formal de los procesos. Es por ello que, en el contexto del análisis de seguridad, es necesario complementar los estudios tanto deterministas como probabilistas, con estudios de incertidumbres y sensibilidad.

3. Análisis de Incertidumbre y Sensibilidad

El análisis de incertidumbre busca identificar y caracterizar las fuentes de incertidumbre en los análisis tanto deterministas, como probabilistas, y evaluar su impacto en la incertidumbre del resultado apropiado en cada caso. Se puede considerar como etapa previa al análisis de sensibilidad. Dentro del análisis de incertidumbre se incluye por tanto, la caracterización estadística de las variables de interés denominadas “input” estableciendo sus funciones de densidad de probabilidad, la selección de la técnica de muestreo más apropiada para la generación de la muestra y finalmente la estimación del intervalo de tolerancia para el criterio de seguridad relevante en el estudio de riesgo. El análisis de sensibilidad, por su parte, busca estimar la importancia de cada una de las variables “inputs”, a través del estudio que la variación, en el “input” produce en los resultados, cuando se producen variaciones sistemáticas en un rango de interés en las variables “inputs” (determinado por la función de densidad). Así se determina, qué variables “input” contribuyen a la variación de los resultados y por tanto, es necesario seguir investigando con el objeto de reducir la incertidumbre de resultado, propio del

criterio de aceptación (en esta ocasión, para el Análisis Probabilista de Seguridad APS de nivel 1, será la “Frecuencia de Daño al Núcleo” FDN, y el caso del análisis determinista a partir del termohidráulico será el “Peak Clad Temperatura” PCT). En otras palabras, este tipo de análisis nos aportan información sobre la vulnerabilidad del mismo ante la variación de determinados “inputs” (Saltelli et al., 2000; 2008).

4. Metodología de análisis de riesgo considerando el efecto de las incertidumbres paramétricas

Como se menciona anteriormente el análisis de seguridad a un accidente base de diseño se puede realizar utilizando dos caminos (aplicando la metodología determinista y/o aplicando la metodología probabilista). A continuación se presenta la forma de abordar el análisis de las incertidumbres paramétricas en las medidas de referencia apropiada (PCT y FDN), para cada una de las dos metodologías.

4.1 Análisis de Incertidumbres y Sensibilidad, a través de la metodología determinista

En la Tabla 1 se presenta un resumen de algunas de las características de las metodologías más importantes en esta línea, (IAEA, Safety Reports Series N°52, 2008).

Característica General	AEAT Atomic Energy Authority Winfrith	CSAU Code Scaling Applicability and Uncertainty Analysis	GRS Gesellschaft für Anlagen und Reaktorsicherheit	UMAE Uncertainty Methodology based on Accuracy Extrapolation
Restricción en el número de inputs	Si	Si	No	No
Derivación de intervalos de incertidumbre a la entrada	Si	Si	Si	No
Asignación de distribuciones de probabilidad subjetiva	No	Si	Si	No
Aplicación de técnicas estadísticas	No	Si	Si	Si
Aplicación de métodos de superficie de respuesta	No	Si	No	No
Presenta soporte a la jerarquización de los parámetros principales y modelización de la incertidumbre	No	Si	No	No
Aplica el conocimiento reciente sobre los parámetros (distribución de incertidumbres de entrada)	No	Si	Si	No
Postulado de incertidumbre probabilista	No	Si	Si	Si
Presenta rigor estadístico	N.a.	No	Si	No
Asume independencia entre el número de ejecuciones, el número de parámetros de entrada y salida	No	No	Si	Si
Presenta valores continuos de los parámetros de salida	Si	No	Si	Si
Realiza mediciones de sensibilidad de los parámetros de entrada sobre los parámetros de salida	No	No	Si	No

Tabla 1. Características de las principales metodologías para el análisis de incertidumbres y sensibilidad, (IAEA, Safety Reports Series N°52, 2008).

En este contexto, se adoptan técnicas coherentes con las metodologías anteriormente presentadas, denominadas “Best Estimate Plus Uncertainty, BEPU”, que hacen uso de códigos de sistemas realistas que reflejan el estado del arte en la modelización base de diseño en CCNN, aplicando en algunos casos herramientas estadísticas.

4.2 Análisis de Incertidumbres y Sensibilidad, a través de la metodología probabilista

El análisis probabilista de seguridad APS, permite analizar el espectro de escenarios accidentales, producto de un suceso iniciador y obteniendo para este, su frecuencia de ocurrencia.

En este contexto, la RG 1.174 establece que la utilización del APS como herramienta útil en la toma de decisiones informadas en el riesgo debe tener en cuenta tres aspectos: 1) Disponer de un modelo APS que presente: el alcance, el nivel de detalle y el grado de actualización necesaria, dependiendo del tipo particular de aplicación. 2) Obtener los resultados del APS de nivel 1 (en nuestro caso), es decir, los resultados de la valoración en términos de FDN. 3) Caracterizar el impacto en el riesgo de las incertidumbres de parámetros incluidas en el análisis, así como comparar dichos resultados con las directrices de aceptación.

Para ello, se ha de tener caracterizada (por la función de distribución de probabilidad) la incertidumbre de los parámetros que determinan los sucesos básicos. Para transmitir la incertidumbre al resultado final desde el APS es necesario obtener una estructura o “modelo” en el que se relacionen los parámetros de los sucesos básicos con la FDN. En la propagación se puede usar el método de Monte Carlo, el cual tomara muestras aleatorias del parámetro incluido en los sucesos básicos, según la función de distribución que le caracterice. Posteriormente, se debe evaluar la estabilidad del modelo a través del análisis de sensibilidad, en la que se pueden aplicar técnicas estadísticas paramétricas o no paramétricas, para establecer las variables más importantes en la “variación” de la FDN; como es el coeficiente de correlación de Spearman, SCC y el índice de SOBOL, entre otros, propuestos por (Saltelli, et al., 2000; 2008). Finalmente, durante el estudio y utilizando la ecuación de daño al núcleo, es posible evaluar la “importancia de los sucesos básicos” (en la reducción del riesgo) a través de las medidas de importancia usuales como es el Factor de incremento del riesgo FIR (Risk Achievement Worth, RIF), el Factor de reducción del riesgo FRR (Risk Reduction Worth, RDF) y Fracción de contribución al riesgo FCR (Fussel Vesely Importance, FV) entre otras.

5. Casos de Aplicación

En ambos estudios se ha utilizado un modelo de planta tipo PWR frente a un escenario LBLOCA. En el análisis determinista se ha utilizado un modelo de RELAP5/MOD3.3. En el análisis probabilista se considera un APS de nivel 1 modelado con el RiskSpectrum. En el caso del termohidráulico se estudia las incertidumbres sobre la PCT para una única secuencia (que lleva a la planta a situación OK). En el caso del análisis probabilista se estudian las incertidumbres en la Frecuencia de Daño al Núcleo. En ambos casos el iniciador es un accidente base de diseño LBLOCA ver Figura 1.

5.1 Resultados del Análisis Determinista

Se ha estudiado un accidente LBLOCA en rama fría (antes de la inyección) y el Tamaño de la Rotura está entre [18,33-28,98] pulgadas, simulado con el código RELAP5/MOD3.3 utilizando un modelo de una instalación PWR de cuatro lazos. Se toma como la variable de seguridad a tener en cuenta (en este estudio) el “Peak Clad

Temperatura” PCT, asociada a la secuencia accidental que lleva a la planta a situación OK, presentada en la Figura 1.

LOCA grande	Descarga efectiva de dos acumuladores (2/3)	Inyección de baja presión de una bomba (1/2 ILJ)	Recirculación a baja presión a ramas frías de una bomba (1/2 ILR)	Consecuencia
				OK
				Datio al Núcleo
				Datio al Núcleo
				Datio al Núcleo

Figura 1: Secuencias accidentales de un LBLOCA

En la Figura 2, se presenta la Nodelización del Typical PWR utilizado en el estudio simulado en RELAP5/MOD3.3.

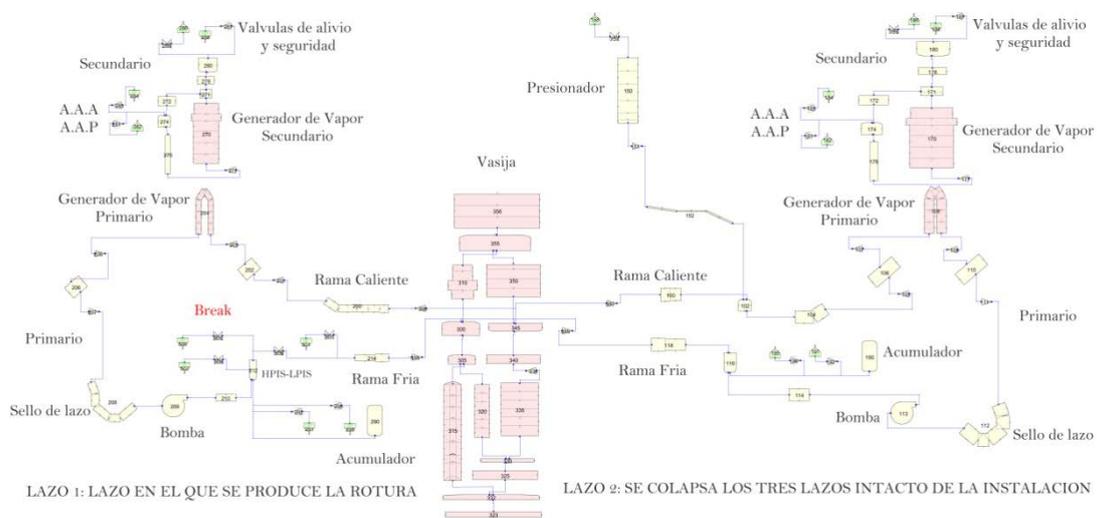


Figura 2. Nodelización de un typical PWR, utilizando RELAP5/MOD3.3.

Las incertidumbres asociadas a 26 variables consideradas las más representativas para la secuencia, se presentan en la Tabla 2, (Frepoli, C. 2008; Lee SY & Ban CH, 2004; M.Y. Young et al., 1998; Martin, R.P. et al., 2005; Bajorek, S.M. et al., 2010; Wulff W, 1990).

Comportamiento térmico del combustible		Señal de disparo del reactor y de inyección de seguridad	
Variable	Tipo Distribución	Variable	Tipo Distribución
Potencia Nominal (PN)	Normal	Señal Disparo Reactor (SDR)	Uniforme
Potencia Parada (PP)	Normal	Señal Inyección de Seguridad (SIS)	Uniforme
Calor Especifico Combustible (CEC)	Normal	Acumuladores	
Conductividad Térmica Combustible (CTC)	Normal	Variable	Tipo Distribución
Axial Peaking Factor (PF)	Normal	Presión Descarga (PDA)	Uniforme
Hot Gap Size (HGS)	Normal	Volumen Llenado (VLA)	Uniforme
Presionador		Temperatura (TA)	Normal
Variable	Tipo Distribución	Pérdidas Tubería (PTA)	LogNormal
Nivel (NP)	Normal	Contención	
Pérdidas Tubería (PTP)	LogNormal	Variable	Tipo Distribución
Rotura		Presión (PC)	Uniforme
Variable	Tipo Distribución	Temperatura (TC)	Uniforme
Tamaño de Rotura (TR) [18,33-28,98] pulgadas	Uniforme	Recirculación de baja presión a ramas frías	
Coefficiente de Descarga (CD)	Uniforme	Variable	Tipo

Variable	Tipo Distribución	Distribución
Inyección de seguridad a baja presión		Señal Bajo Nivel Tanque (SBNT)
		Señal Muy Bajo Nivel Tanque (SMBNT)
Presión Inyección (PIS)	Uniforme	Tiempo Transición a Recirculación (TTR)
Caudal Inyección (CIS)	Normal	Caudal Recirculación (CRS)
Temperatura (TIS)	Uniforme	Temperatura (TRS)

Tabla 2. Relación de Parámetros.

La Figura 3 presenta la caracterización de la PCT, tras propagar la incertidumbre de las variables presentadas en la Tabla 2 a través de 300 simulaciones.

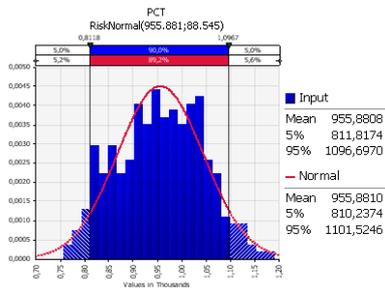


Figura 3: Función de densidad de la PCT resultante de la propagación de las incertidumbres.

En la Tabla 3, se presentan los resultados de los índices de importancia y sensibilidad. En donde S_i es el índice de sensibilidad de primer orden y T_i es el índice de sensibilidad de efecto total (Saltelli, et al., 2000; 2008).

Variable	S_i	T_i	$T_i - S_i$	Spearman
Tamaño de la Rotura TR	0.601	0.648	0.047	0.6996
Coefficiente de descarga CD	0.237	0.273	0.036	0.2126
Hot Gap Size (HGS)	0.056	0.053	-0.003	0.2403
Axial Peaking Factor (PF5)	0.033	0.035	0.002	0.2514
Potencia Nominal (PN)	0.016	0.016	0.000	0.1166
Señal Disparo Reactor (SDR)	0.001	0.023	0.022	-0.1188
Suma	0.944	1.048		

Tabla 3. Resultados del análisis de importancia y sensibilidad.

Teniendo en cuenta los resultados de la Tabla 3, si el valor de $S_i > T_i$, quiere decir que “esta variable participa en interacción con otras variables”, como es el caso de la variable: HGS. Si $T_i \neq 0.00$ significa que el resultado (PCT) es sensible a esta variable, por tanto, desde el punto de vista del efecto total, las más importantes serían las variables: TR, CD y HGS. Teniendo en cuenta la suma de los índices S_i y T_i se pueden definir si el modelo es aditivo (lineal) o no. Si la suma (S_i) = 1 y (T_i) = 1 el modelo es aditivo y si la suma (S_i) < 1 y la suma (T_i) > 1 el modelo es no aditivo. Por tanto, nuestro modelo es no aditivo. Respecto a los resultados obtenidos con Spearman [-1, 1] muestra que con los parámetros asociados a los sucesos básicos TR, HGS y CD, presenta una mayor correlación con la PCT. Finalmente resaltar que, los resultados de los índices de Sobol y de Spearman concuerdan, dando como la variable más importante a TR.

5.2 Resultados del Análisis Probabilista

En la Figura 1, se presentaba el árbol de sucesos del iniciador LBLOCA. En la primera fila se describen las funciones de seguridad requeridas por los cabeceros correspondientes en caso de producirse un dicho iniciador. Se cuantifica la contribución

a la FDN de las secuencias presentadas en la Figura 1 cuyo iniciador es un LBLOCA para a un nivel de truncación $1 \cdot 10^{-9}$ y asignando a los parámetros de fiabilidad de las Tablas 4 a la 6, la función de distribución correspondiente.

SUCESO INICIADOR	DESCRIPCION	MODELO	Incertidumbre (5%, media, 50%, 95%)	
IEAF	Frecuencia de LOCA grande	Frecuencia	Lognormal	(1.1815E-05; 3.15E-4; 1.1816E-5; 1.1816E-03)

Tabla 4. Datos del suceso iniciador

SUCESO	DESCRIPCION	MODELO	Incertidumbre (5%, media, 50%, 95%)	
**14001AL	Fallo de causa común al arrancar la bomba 14P01A/B	Probabilidad	Lognormal	(1.2183E-4; 4.57E-4; 3.656E-4; 1.096E-3)
**ILRECCH	Fallo operador recirculación a ramas calientes	Probabilidad	Lognormal	(1.181E-5; 3.15E-4; 1.1829E-4; .1816E-3)
**ILOOD1M	Mantenimiento del tramo D1 del IL	Probabilidad	Lognormal	(1.494E-4; 5.60E-4; 4.48E-4; 1.344E-3)
**ILOOD2M	Mantenimiento del tramo D2 del IL	Probabilidad	Lognormal	(1.494E-4; 5.60E-4; 4.48E-4; 1.344E-3)
**ILO005M	Mantenimiento electrónico de la válvula VM-1405	Probabilidad	Lognormal	(2.3364E-4; 8.76E-4; 7.0093E-4; 2.102E-3)
**CSTRNAP	Pruebas en tramos A1/B1/C1 (Rociado)	Probabilidad	Lognormal	(3.974E-4; 1.49E-3; 1.192E-3; 3.574E-3)
**CSTRNBP	Pruebas en tramos A2/B2/C2 (Rociado)	Probabilidad	Lognormal	(3.974E-4; 1.49E-3; 1.192E-3; 3.574E-3)
**140005A	Válvula motorizada VM-1405 falla a la apertura	Probabilidad	Beta	(1.03E-4; 8.88E-4; 6.98E-4; 2.33E-3)
**14003AC	Válvula motorizada VM-1403A falla al cierre	Probabilidad	Beta	(7.3828E-4; 2.00E-3; 1.8066E-3; 3.818E-3)
**14003BC	Válvula motorizada VM-1403B falla al cierre	Probabilidad	Beta	(7.3828E-4; 2.00E-3; 1.8066E-3; 3.818E-3)
**160009I	Posición incorrecta de válvula manual 16009	Probabilidad	Lognormal	(1.7383E-5; 4.63E-4; 1.7383E-4; 1.738E-3)
**160010I	Posición incorrecta de la válvula manual 16010	Probabilidad	Lognormal	(1.7383E-5; 4.63E-4; 1.7383E-4; 1.738E-3)

Tabla 5. Datos de los sucesos básicos independientes en el APS

SUCESO	DESCRIPCION	MODELO	Tasa de Falla (λ)		Tiempo
			Incertidumbre (5%, media, 50%, 95%)		
**PK608YAD	Fallo a la desenergización del rele K608Y Tren A	Prueba	Gama	(4.0054E-1; 1.13E-7; 5.0476E-8; 4.375E-7)	Recarga (13100 hrs)
**PK608YBD	Fallo a la desenergización del rele K608Y Tren B	Prueba	Gama	(4.0054E-1; 1.13E-7; 5.0476E-8; 4.375E-7)	Recarga (13100 hrs)
**160009U	Válvula manual 16009 falla a permanecer cerrada	Prueba	Lognormal	(9.375E-9; 2.50E-7; 9.3848E-8; 9.375E-7)	Trimestral (2160 hrs)
**160010U	Válvula manual 16010 falla a permanecer cerrada	Prueba	Lognormal	(9.375E-9; 2.50E-7; 9.3848E-8; 9.375E-7)	Trimestral (2160 hrs)

Tabla 6. Datos de los sucesos básicos independientes en el APS

Tras propagar la incertidumbre se puede caracterizar la FDN para el APS, teniendo en cuenta todas las secuencias, tanto dominantes y no dominantes, los resultados del valor medio junto con los valores de los percentiles 5% y 95% se presentan en la Figura 4.

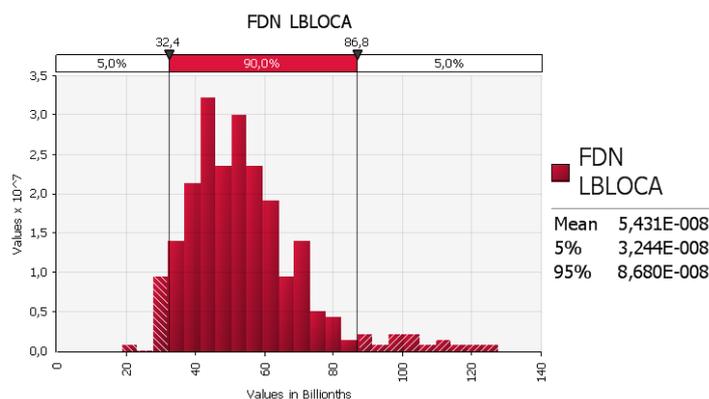


Figura 4. Distribución de la Frecuencia de Daño al Núcleo

En la Tabla 7 se presentan los resultados del análisis de sensibilidad a través de técnicas no paramétricas como lo son el coeficiente de correlación de Spearman, SCC y los índices de SOBOL. En donde S_i es el índice de sensibilidad de primer orden y T_i es el índice de sensibilidad de efecto total (Saltelli, et al., 2000; 2008).

Suceso	S_i	T_i	$T_i - S_i$	Spearman
**CSTRNAP	0.323	0.331	0.008	0,534
**PK608YAD	0.294	0.286	-0.008	0,513
**14003AC	0.092	0.100	0.008	0,377
**160010I	0.085	0.087	0.002	0,157
**ILRECCH	0.059	0.069	0.010	0,148
**160009I	0.052	0.070	0.018	0,224
**IL00D1M	0.045	0.030	-0.015	0,128
**140005A	0.010	0.001	-0.009	0,172
**IL0005M	0.030	0.033	0.003	0,072
**14001AL	0.009	0.005	-0.004	0,027
Suma	0.999	1.012		

Tabla 7. Resultados del análisis de importancia de parámetros y del análisis de sensibilidad

De acuerdo a los resultados presentados en la Tabla 7, si $S_i > T_i$, quiere decir que esta “variable participa en interacción con otras variables”, como es el caso de las variables asociadas a los sucesos básicos: **PK608YAD, **IL00D1M, **140005A y **14001AL. Desde el punto de vista del efecto total (valor de T_i) las variables más importantes son las asociadas a los sucesos básicos: **CSTRNAP, **PK608YAD y **14003AC. Teniendo en cuenta la suma de los índices S_i y T_i el modelo es no aditivo. Respecto a los resultados obtenidos con Spearman [-1, 1] muestra que con los parámetros asociados a los sucesos básicos **PK608YAD y **CSTRNAP, presenta una mayor correlación con la FDN. Finalmente resaltar que los resultados de los índices de Sobol y de Spearman concuerdan dando como más importantes a los parámetros asociados a los sucesos básicos **PK608YAD y **CSTRNAP.

Los resultados de las medidas de “importancia de sucesos” a través de las medidas clásicas se presentan en la Tabla 8.

	NOMBRE	Fracción de contribución al riesgo FV, o (siglas en Ingles FCR)	Factor disminución de riesgo, FRR o (siglas en Ingles RDF, RRW)	Factor incremento del riesgo, FIR o (siglas en Ingles RIF, RAW)
1	**IE**AF	1.000	INFINIT	INFINIT
2	**14003BC	0.1450	1.1690	73.1200
3	**14003AC	0.1450	1.1690	73.1200
4	**CSTRNAP	0.1080	1.1210	73.3600
5	**CSTRNBP	0.1080	1.1210	73.3600
6	**140005A	0.0645	1.0680	73.1200
7	**IL0005M	0.0637	1.0680	73.1200
8	**PK608YAD	0.0538	1.0560	73.1200
9	**PK608YBD	0.0538	1.0560	73.1200
10	**IL00D2M	0.0407	1.0420	73.6400
11	**IL00D1M	0.0407	1.0420	73.6400
12	**160009I	0.0337	1.0350	73.3600
13	**160010I	0.0337	1.0350	73.3600
14	**14001AL	0.0332	1.0340	73.6500
15	**ILRECCH	0.0229	1.0230	73.1200
...
25	**14001AN	0.0009	1.0010	73.6500

Tabla 8. Resultados del análisis de Importancias de sucesos

6. Conclusiones

En esta ponencia se presentó dos aplicaciones en las que se aplican algunas de las técnicas disponibles para evaluar la influencia de las incertidumbres epistémicas, sobre los parámetros de salida relevantes dependiendo del tipo de análisis; 1) Determinista: las Variables más importantes por su incertidumbre sobre el “Peak Clad Temperatura” PCT y 2) Probabilista: las variables más importantes por su incertidumbre en el Riesgo de

planta a partir de la Frecuencia de Daño al Núcleo FDN. Los métodos de cálculo en el análisis de importancias no paramétricos (el coeficiente de correlación de Spearman, SCC y los índices de SOBOL) son útiles en ambos enfoques, ambos permiten estimar los parámetros más importantes con respecto a su incertidumbre. Las medidas de importancia tradicionales como FV, RAW y RIF, son complementarias ya que, estas identifican la importancia de la indisponibilidad de los sucesos básicos. Las metodologías (Determinista y Probabilista) no son integrales en el tratamiento de las fuentes de incertidumbre, por lo que una metodología híbrida es una opción para aprovechar las ventajas de ambas metodologías, sobre todo en los casos de evaluar cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta es una posible línea de trabajo futuro.

7. Agradecimientos

La ponencia forma parte del trabajo de colaboración enmarcado en el proyecto de investigación STN/2369/08/640 financiado por el Consejo de Seguridad Nuclear.

8. Referencias

- Bajorek, S.M., Hochreiter, L., Kazimi, M., Reyes, J., Smith, K. & Wallis, G.** “Small break loss of coolant accident phenomena identification and ranking table (PIRT) for Westinghouse pressurized water reactors” (Proc. 9th Int. Mtg on Nuclear Reactor Thermal-hydraulics: NURETH-9 (KIM, J.H., PETERSON, P., Eds), Elsevier Science, “Code accuracy based uncertainty estimation (CABUE) methodology for large break loss of coolant accidents”. CSAU 2010.
- Best Estimate Safety Analysis for Nuclear Power Plants: Uncertainty Evaluation**, Safety Report Series 52, International Atomic Energy Agency, Vienna (2008).
- CSN-UNESA.** “Documento básico para el proceso de realización y evaluación de las aplicaciones de los APS”, Noviembre. (1998).
- Drouin, M., Parry, G., Lehner, J., Martinez-Guridi, G., Lachance, J. & Wheeler. T. Frepoli, C.,** An Overview of Westinghouse Realistic Large Break LOCA Evaluation Model, Science and Technology of Nuclear Installations, Volume 2008, Article ID 498737, 15 pages, (2008).
- Guidance on the Treatment of Uncertainties Associated with PRAs in Risk-Informed Decision Making.** NUREG 1855. U.S. NRC. March. (2009).
- Lee, S.Y. & Ban, C.H.** “Code-Accuracy Based Uncertainty Estimation (CABUE) Methodology for large-Break Loss-of-Coolant Accidents”, Nuclear Technology 148, 335-347, (2004).
- Martin, R.P. & O’Dell, L.D.** “AREVA’s realistic large break LOCA analysis methodology”. Nuclear Engineering and Design. 235, pp 1713-1725 (2005).
- Organismo Internacional De Energía Atómica,** “Evaluación y verificación de la seguridad de las centrales nucleares”, Colección de Normas de Seguridad No NS-G-1.2, OIEA, Viena (2009).
- Organismo Internacional De Energía Atómica,** “Seguridad de las centrales nucleares: Diseño”, Colección de Normas de Seguridad No NS-R-1, OIEA, Viena (2004).
- Pelayo, F. & Mendizábal, R.** El carácter determinista del análisis de accidentes en centrales nucleares, Seguridad nuclear: Revista del CSN, ISSN 1136-7806, Nº. 35, 2005, págs. 20-29. (2005).
- RG 1.174.** “An Approach For Using Probabilistic Risk Assessment In Risk-Informed Decisions On Plant-Specific Changes To The Licensing Basis”, USNRC, November. (2002).
- Saltelli, A., Chan, K. & Scott, E.M.** “Sensitivity Analysis”. J. Wiley & Sons, Ltd. (2000).
- Saltelli, A., Ratto, M., Andres, T., Campolongo, F., Cariboni, J., Gatelli, D., Saisana, M. & Tarantola, S.** “Global Sensitivity Analysis: The Primer”. John Wiley & Sons Ltd, (2008).
- True, D. & Vanover, D.** “Treatment of parameter and Model Uncertainty for probabilistic risk assessments”. EPRI, 1016737. December. (2008).
- Wulff W., Boyack B.E., Catton I., Duffey R.B., Griffith P., Katsma K.R., Lellouche G.S., Levy S., Rohatgi U.S., Wilson G.E., Zuber N.,** “Quantifying reactor safety margins. Part 3: Assessment and ranging parameters”. Nuclear Engineering and Design, 119, pp 33-65, 1990.
- Young, M.Y., Bajorek, S.M., Nissley, M.E. & Hochreiter, L.E.** “Application of code scaling applicability and uncertainty methodology to the large break loss of coolant”. CSAU. Nucl. Eng. Des. 186 pp. 39-52, (1998).